

核燃料再処理工場の大事故評価

—西ドイツの IRS-290 報告をめぐって—

高木 仁三郎*

1975年の7月、西ドイツの内務省はケルンにある原子炉安全研究所 (IRS) に対して、再処理工場と原子力発電所に対する大事故の影響評価を依頼した。この研究は1976年8月に完成し、報告書が提出された。その結果があまりにも深刻であったため、この報告書は内務省によって極秘にされていたが、この1月にその存在が環境団体によって明らかにされ、新聞などに大きく取扱われて世間をにぎわした。報道された内容は、“西ドイツで計画されている大規模再処理工場で、使用済燃料貯蔵プールおよび高レベル放射性廃液貯槽の冷却系に事故がおこると、大量の放射性物質が環境中に放出され、100 km の遠方でも住民は致死量の10倍から200倍にのぼる放射線被曝を受け、風向によっては死者は3千万人に達するであろう”というショッキングなものであった。

もっとも、この結論はこの報告書に直接記述されているわけではない。この報告書は、原子炉事故の影響と比較しながら、再処理工場の大事故について、放射能放出までの熱的過程を明らかにし、放出ともなう被曝線量を、再処理工場から1, 10, 100 km の地点に住む住民について推定した数値をあげたにとどまっている。死者3千万人という推定は、この報告書の数値を西ドイツの人口分布にあてはめた場合に直接導き出される結論である。

この研究は、その性格からいって、再処理工場の潜在的危険性についての試算の結果を与えたものであって、それ以上のものと解してはならないであろう。しかし、原子炉の想定事故の影響評価がそれなりに試みられているのに対して、再処理工場に関しては同種の試みがほとんどない現在、この研究の意義は大きい。原子力発電所以上に大量の放射性物質が運び込まれる再処理工場で大事故がおこった場合の影響が原子力発電所のそれに匹敵するかそれを上まわることは当然予想されることであるが、具体的な熱的過程を追ってその予想を裏づけている点にこの研究の意義がある。

それにしても、再処理工場のもつ潜在的危険性の巨大さは驚くべきものである。この報告に与えられた住民の全身被曝線量の1部を図に示したのが図1である。図の曲線Aは、この報告の中で最も大きな線量となるケースで、Bは最小の線量となるケースである。この図の数値を例えばわが国の「原子炉立地審査指針」に挙げられた

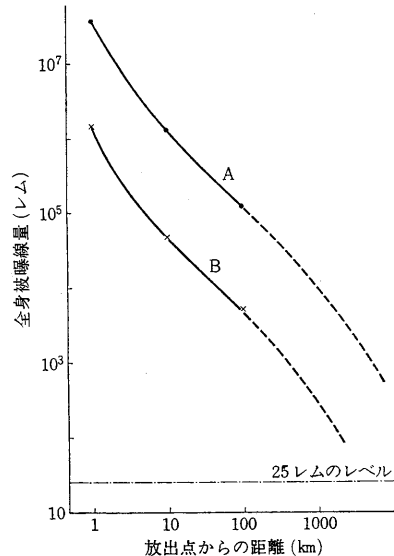


図1 再処理工場の大事故時における住民の推定被曝線量。A: 高レベル廃液貯槽冷却系の事故の場合、大気安定度 F, 放出高 0 m, 風速 1 m/秒。B: 使用済燃料貯蔵プール冷却系の事故の場合、大気安定度 D, 放出高 20 m, 風速 1 m/秒。

“仮想事故”の全身被曝の目安線量25レムと比較してみると、あまりの大きさに驚かされる。この曲線からすれば、“重大事故”の場合、公衆が致死線量の被曝を受けると予想される地域は、数千キロから1万キロの範囲に及び、そのような施設は世界中のどこでも許されないことになる。この再処理工場の規模は、濃縮ウラン燃料の年間処理能力1,400 tであるから、この結果は日本で現在計画されている第2再処理工場(年間処理能力1,500 t)の潜在的危険性に対してもほぼそのままあてはまる。東海再処理工場(年間処理能力210トン)に対しても、規模や燃料の燃焼度の違いなどを考慮さえすれば、その潜在的危険性を知る上で十分参考になる。

このような重要性を考慮して、以下にこの報告書の要旨を紹介することにした。原文は、内務省に対して出されたものであり、計算の過程が大半を占めるが、それらはかならずしもわかりやすいものではない。この点を考慮して、紹介にあたっては直接翻訳する形式をとらず、言葉を補ってなるべく多くの人にわかりやすい形で要旨を整理することにした。その場合にもなるべく原文の調子を忠実に伝えることに重点を置いたため、特にわかりに

* Jinzaburo TAKAGI

くと思われる点は、〔訳註〕を施して補足した。

原報告の趣旨からすれば、この研究は、例えば事故時に何の対策もとられないなど、最大限の保守的な仮定にたったの評価で、現実的な評価ではない、ということになるだろう。実際、再処理施設の安全審査でここで想定されているような大事故の評価をしたとしても、パラメータの操作や種々の対策の想定によって、立地指針の許容範囲までに推定線量が下げられることになろう。しかし、放出放射性物質による汚染の2次的効果(食物連鎖を通じての内部被曝など)を全く無視しているなど、この研究もかならずしも最も悲観的な想定に立っているわけではない。いずれにしても、再処理工場が全地球的な惨劇につながるような潜在的危険性をかかえているのだということは忘れてはならないだろう。

再処理工場と原子力発電所の最大想定 事故の比較研究

IRS(原子炉安全研究所): D. BACHER, D. HOLM, A. MELTZER, G. MORLOCK, P. NEUSSER, H. URBAHN, IRS 報告 No. 290(要旨)

1. 序 論

この研究は軽水炉の使用済核燃料のための大型再処理工場の潜在的危険性を原子力発電所のそれと比較して判断するために行なわれたものである。この目的のため、以下に述べるような事故の経過を想定し、その影響を比較検討した。

〔ケース 1〕 再処理工場の核燃料貯蔵プールの事故
満杯の貯蔵プールの冷却系の事故→放射性物質の崩壊熱を取去ることができなくなる→内蔵放射性物質が直接環境へ放出される。

〔ケース 2〕 再処理工場の核燃料貯蔵プールの事故
満杯の貯蔵プールの冷却水の洩出→放射性物質の崩壊熱を取去ることができなくなる→内蔵放射性物質が直接環境へ放出される。

〔ケース 3〕 再処理工場の高レベル廃液貯槽の事故
冷却能力の喪失→高レベル廃液が完全に蒸発する→揮発性放射性物質が直接環境へ放出される。

〔ケース 4〕 原子力発電所の事故
1 次冷却材の喪失→緊急冷却装置が作動しない→原子炉格納容器の大規模破損→内蔵放射性物質が直接環境へ放出される。

〔訳註〕 ケース 1 は、プール内に水は存在するが、そのプールの冷却系が故障して、プール内の水が崩壊熱によって上昇を始め、蒸発してなくなり、最終的には燃料棒が溶融して放射性物質が放出される場合である。これ

に対してケース 2 は、プール内の水そのものが漏洩などにより喪失して、燃料棒が温度上昇を始める場合である。したがってケース 1, 2 は最終的には同じ経過をたどることになり、違いは時間的な経過の違いだけである。そのため、以下においても、ケース 2 はケース 1 の取扱いの中に含めて考えられており、別個に取扱われてはいない。

2. 温度上昇過程の評価

2.1 基礎データ

以下の基礎データは、現在北部西ドイツに年間処理能力 1,400 トン(軽水炉燃料)の大型再処理工場の建設を計画している KEWA 社(核燃料再処理株式会社)の概念設計からとったものである。

(a) 使用済核燃料プールについて

プールの大きさ 長さ 17 m, 幅 56 m, 水深 15.5 m.
使用済燃料と接する水量は上の値から計算される量よりも、収容される燃料およびその架台、プールの一部に設置される燃料取出し用プールの分だけ少なくなる。燃料取出し用プールの大きさは、10 m×11 m×15.5 m である。

このプールに収容できる燃料集合体の総数は、

加圧水型原子炉燃料の場合

集合体数: 1,400 体

1 集合体あたりの燃料棒数: 236 本

沸騰水型原子炉燃料の場合

集合体数: 3,500 体

1 集合体あたりの燃料棒数: 63 本

このデータから推定すると、加圧水型の燃料棒が満載されている場合の方が、プール内の水量が少なく、より厳しい条件にさらされることになる。したがって、以下の議論では、加圧水型の燃料棒が収容されている場合だけを扱う。

また、原子炉が停止されてから使用済核燃料が再処理工場にもちこまれるまでの時間、すなわち使用済核燃料の冷却期間は 200 日とし、平均的な燃料の燃焼度を 34,000 [Mwd/t] と仮定する。

(b) 高レベル廃液貯槽について

貯槽の大きさ 長さ 16 m, 幅 16 m,
廃液の体積 1,000 m³。

再処理工場で処理される使用済核燃料の総量は年間 1,400 t である。その処理にともなう核分裂生成物廃液の総量は年間 600 m³ で、廃液については以下の数値を仮定する。

核分裂生成物の最大濃度: 70 g/l

塩分含有量: 250 g/l HNO₃

核分裂生成物の平均冷却期間: 635 日

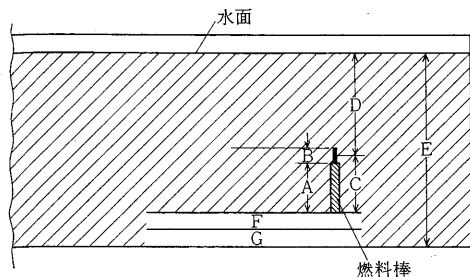


図2 プール内の燃料棒の配置。A: 燃料部分の長さ3.9 m, B: プレナムの長さ1.1 m, C: 燃料棒の実効の長さ4.45 m, D: 燃料棒を覆う水層10.05 m, E: プールの水深15.5 m, F: ショックアブソーバー, G: 架台。

廃液中の放射能濃度: 3,450 Ci/l

崩壊熱による発熱量: 16 W/l

この崩壊熱は, KEWA の概念設計によると, 廃液貯槽に付属する冷却系によって運び去られる。冷却系が故障して温度上昇が始まり, 放射性廃液が蒸発を始めると, 貯槽の蓋の部分に設けられた換気用の開口部(面積1 m²)から蒸気が洩れ出るものと考える。

2.2 温度上昇過程の推定

(a) 使用済核燃料プールにおける温度上昇

プール内における燃料棒の配置の状況を図1の如く簡略化して考える。燃料取出しプール, 燃料集合体とその架台(ショック・アブソーバーを含む)の体積を除いたプール内の実際の水量は, 簡単な計算により, $V_0=12,038$ [m³], 質量にして $G=12,038$ [g] となる。使用済燃料の平均的な冷却日数200日を考慮すると, 1燃料棒あたりの崩壊熱による発熱率は $q_1=0.01837$ [kcal/sec] となる。したがって, 前述の条件にしたがってプール内に使用済燃料を満載した場合には, 総計の発熱率は $Q_1=6.069$ [kcal/sec] である。

いま, プールの冷却系が故障し, 初期に40°Cであったプール水が加熱され始めるとすると, 100°Cまで加熱されるに必要な時間を t_1 とするとき,

$$Q_1 \cdot t_1 = G \cdot c_p \cdot (100 - 40)$$

c_p : 水の比熱 [cal/g 度]

したがって, $t_1=119 \times 10^6$ (sec) = 33.0 [h] ただし, 保守的な仮定として, 水面やプール壁面からの放熱, 燃料棒の軸方向に沿った熱の伝達は考慮しない。この仮定は以下のすべての計算においてあてはまるが, それによる誤差は無視しうる程度と考えられる。

さて, 水がすべて100°Cに達してから蒸発を開始し, その際に蒸発に関与する水量を簡単のために図1のDの部分の水量(プレナムの部分は半分の長さをとる)と考えると, 上記と同様な計算により, Dの部分の水が蒸発

するまでに要する時間は,

$$t_2 = 207 \text{ [h]} = 8.63 \text{ [d]}$$

ただし, 蒸発は気圧1.3 [bar] でおこるものと仮定する。蒸発の際の圧力が高いほど, 蒸発熱は小さくなるから, これは1気圧で蒸発がおこるとするよりも保守的な仮定である。

結局(33+207)時間=10日後に, 燃料集合体を覆っていた水は完全に蒸発し, それ以後は水面上に出た燃料棒の部分から温度上昇が始まる(軸方向の熱伝達は無視できる)。カールスルーエの核研究センターのデータによれば, ジルカロイ被覆の燃料棒の破壊する温度は1,850°Cであるが, 部分的には, 1,700°Cから破損が始まると考えられる。

軸方向の熱伝達および燃料棒被覆表面からの放熱は無視して, 断熱的な過程で温度上昇がおこると考えると, 1,700°Cまで温度が上るに要する時間 t_3 は,

$$t_3 = \frac{t_2 = (g_{Zr4} c_{pZr4} + g_{UO_2} c_{pUO_2}) (1,700 - 100)}{q_1} = 6.39 \text{ [h]}$$

ただし, g_{Zr4} , g_{UO_2} はそれぞれ, ジルカロイおよびUO₂の燃料棒1本あたりの質量, c_{pZr4} , c_{pUO_2} はそれぞれ両者の比熱で, 0.0831 [kcal/kg 度] および 0.0768 [kcal/kg 度] ととった。

(b) 高レベル廃液貯槽における温度上昇

廃液貯槽を冷却する冷却系が故障すると, 廃液中の水分がまず加熱され蒸発する。この際冷却系に残存する水分の加熱および蒸発に要する時間は, それぞれ約10分および約2時間程度と考えられる。廃液中の水分が完全に蒸発すると, 貯槽の底には塩分が残るが, その密度を2 [g/cm³], 融点を1,000 [°C] と仮定する。

貯槽中の水位を3.6 m とすると, 廃液の組成は次のように見積ることができる。

核分裂生成物: 70 [kg/m³]

塩分: 250 [kg/m³]

水: 840 [kg/m³]

冷却日数を考慮した廃液の発熱率は $Q_2=3,816$ [kcal/sec] である。

廃液の初期温度を60°Cとし, 100°Cまで加熱されるに要する時間を t_4 とすると, 前と同様の計算により,

$$t_4 = 2.44 \text{ [h]}$$

次に, この廃液中の水分が気圧1.4 [bar] で蒸発する(保守的な仮定)と考えると, 完全に蒸発するまでの時間 t_5 は,

$$t_5 = 32.5 \text{ [h]}$$

と計算される。

水分が蒸発すると, 貯槽の底には62.4 cmの厚さで塩

分と放射性物質が残る。熱的な考察によれば、この固形物の表面からの放熱による冷却効果は小さくて、固形物は放射性物質の崩壊熱により温度上昇を続け、一定時間 t_6 の後に融点(1,000°C)に達して、融解を始め、揮発性物質が放出される。固形物の比熱を0.20 [kcal/kg度]とすれば、断熱過程を仮定して

$$t_6 = 4.2 \text{ [h]}$$

と計算される。

3. 放射性物質の放出

(a) [ケース1および2] 使用済燃料貯蔵プールの冷却能力喪失事故の場合

上記の計算結果をまとめると、事故発生後におこる過程は次のようになる。

〔第1段階〕 プールの冷却系が故障すると、まづプール内の水は約33時間かかって100°Cに達する。この時は、燃料棒はまだ健全で、放射性物質の放出はおこらない。

〔第2段階〕 その後、燃料棒を覆っていた水が蒸発し終るまでには、事故発生後から10日間かかる。この段階では、すでに一部の放射性物質の放出が考えられる(表1参照)。

〔第3段階〕 さらに6.4時間後には、燃料棒の一部は1,700°Cに達し、破損がおこり始めるので希ガスや揮発性物質の放出が顕著になる。

〔第4過程〕 燃料棒がさらに温度上昇を続け、1,800°C近くに達すると、 UO_2 とジルカロイの合金が生成し、その融点は1,800°C以下と考えられるので、燃料棒は高温部から融融を始める。融融した部分は、プールの底に残存する水の中に落ち込み、水分の急激な蒸発がおこる。プールの底には、融融物がたまることになり、ここから放射性物質の大量放出がおこる。さらに、プールのコンクリートの破壊も生じるであろう。

さらに温度が上り、 UO_2 の融点に達すると、さらに多くの放射性物質が放出される。

〔訳註〕 以上の過程は、ケース1に対応するものであるが、ケース2の場合、すなわち、プール水が漏洩などにより喪失して、例えば燃料棒を覆っていた水が最初から失われている場合には、いきなり第3段階から温度上昇が始まることになる。ケース1の場合には、放射性物質の大量放出が始まるまでの時間は約10日と6時間であるが、ケース2の場合には、事故発生後、最短6時間で大量放出に至る。

核分裂生成物の放出の状況は、それらの化学的・物理的形態によって、すなわち揮発性と蒸気圧によって決まる。しかしながら、共融混合物の生成温度(<2,000°C)

表1 燃料プール事故時に放出される放射性物質の割合。

元 素	放出される割合(%)		
	第1段階	第2段階	第3段階
Kr, Xe	1	9	90
I	0.5	9.5	90
Rb, Cs	0.5	9.5	80
As, Se, Sn, Sb, Te	—	0.1	25
Sr, Ba	—	0.1	20
Sm, Eu, Tb	—	0.1	5
Mo, Tc, Ru, Rh, Pd, Cd	—	—	5
Y, Nb, La, Ce, Pr, Pm	—	—	1
Zr	—	—	1
Pu, U	—	—	1

以上では、各核種(元素)は複雑な混合物を形成し、純粋な金属ないし酸化物の形では存在しなくなるだろう。この混合形に含まれる化合物の考えられる化学形に関しては、関連する熱力学的データと相平衡図が不十分であったり(2,000°C以上ではほとんどの場合単に外挿値としてしか存在していない)、全く知られていないという状況である。また、この混合系の酸化の度合ないし融融物上の気相の状態が、融融過程との関連において重要である。

表1に掲げたのは、不確定さを考慮した放出率の上限の目安と考えられる値である。

(b) [ケース3] 高レベル廃液貯槽の冷却能力喪失事故の場合

高レベル廃液の場合には、半減期50日以下の放射性物質および揮発性の物質、すなわち、すべての希ガス(^{85}K)およびハロゲン(^{129}I)、さらにそのほかの揮発性物質の一部(Cs, Rb, Ru)はあらかじめ再処理の工程で溶液から取除かれていると考えられる。残りの物質については次のような過程を通して放出がおこる。

〔第1段階〕 高レベル廃液は事故発生後2.5時間の間に60°Cから100°Cまで加熱される。このときには放射性物質の放出はない。

〔第2段階〕 上述の過程に続いて、廃液中の水分の蒸発がおこる。完全に蒸発しきるには約35時間がかかる。その結果、貯槽の底には62cmの高さの固形残存物が残る。この段階では、まだ放射性物質の放出は問題にならない。

〔第3段階〕 この残存物は、さらに温度上昇を続け、断熱過程を仮定すれば約2.2時間の間に1,000°Cにまで達する。その後、すなわち事故発生から約42.5時間後に、融融が始まり、核分裂生成物の大半が放出される。

これらの過程で放出される核分裂生成物の割合を表2に示す。安全サイドに立って、Cs, Rb, Ruなどの揮発性物質も100%が廃液中(事故前)に残っていると仮定し

表 2 高レベル廃液貯槽事故時に放出される放射性物質の割合。

元 素	放出される割合(%)		
	第1段階	第2段階	第3段階
Rb, Cs	—	—	80
Se, Sn, Sb, Te	—	—	25
Sr, Ba	—	—	20
Mo, Tc, Ru, Rh, Pd, Cd	—	—	5
Sm, Eu, Tb	—	—	5
Y, Nb, La, Ce, Pm, Eu	—	—	1
Zr	—	—	1

た。〔ケース1および2〕の場合と同様に、核分裂生成物の放出の状況は、それらの物質の化学的・物理的形態に左右されるが、第1,2段階では、核分裂生成物は硝酸塩、酸化物などの複雑な混合系として存在し、第3段階では主として酸化物を形成すると考えられる。

〔ケース4〕原子炉事故の場合(省略)

4. 結果と考察

表1および表2に示した割合で放出された放射性物質は風下方向に拡散していく。拡散の状況は、風速を1m/秒とし、大気安定度FおよびDの場合について計算した。また、放出高は0mおよび20mの2通りをとった。この結果に基づき、放出点からそれぞれ1,10,100kmの地点にいる人間の被曝線量を推定した。

風速1m/秒のもとでは、これらの各地点までに放射性物質が到達する移動時間は、1kmで17分、10kmで2.8時間、100kmで27.8時間である。この時間中の放射能強度の減衰は考慮に入れた。

被曝線量は、各地点に存在する人がこれらの拡散放射性物質を吸入した場合に受ける50年の積算線量として計算した。最も被曝が厳しい条件、すなわち大気安定度F、放出高0mの場合について、推定被曝線量を表3に示す。ただし、いったん地上に降下した放射性物質による食物の汚染の結果、人間が摂取する放射性物質で2次的に被曝がふえることは計算に入っていない。適当な対策がとられると予想されるからである。

どの条件の場合にも、最も深刻な被曝は骨に対するものであり、そのほとんどは⁹⁰Srにより、プルトニウムの寄与は約10%である。

〔訳註〕大気安定度D、放出高20mの場合も原報告では表として与えられているが、ここでは省略する。放出高20mの場合には、0mの場合に比べて、距離1kmで約1/3に、10~100kmで約8割に被曝線量が減少す

表 3 再処理工場冷却系事故時に住民の受ける推定被曝線量。(50年間の蓄積線量;単位はすべてレム)

(a) 燃料プール冷却系事故の場合。大気安定度F、放出高0m、風速1m/秒を仮定。

決定臓器	放出点からの距離(km)		
	1	10	100
全 身	1.3×10^7	4.7×10^5	4.7×10^4
胃 腸 管	1.8×10^6	6.6×10^4	6.6×10^3
甲 状 腺	18	3.1	0.31
骨	2.5×10^8	9.2×10^6	9.2×10^5

(b) 高レベル廃液貯槽冷却系事故の場合。大気安定度F、放出高0m、風速1m/秒を仮定。

決定臓器	放出点からの距離(km)		
	1	10	100
全 身	3.8×10^7	1.4×10^6	1.4×10^5
胃 腸 管	6.0×10^5	2.3×10^4	2.3×10^3
甲 状 腺	4.6	0.17	0.017
骨	6.5×10^8	2.4×10^7	2.4×10^6

る。大気安定度Dの場合には、Fの場合に比べて30~15%に減少するが、その割合は距離・放出高に依存して一様ではない。これらのパラメータを変えた場合の変化の幅は図1のA,B2曲線で与えられ、すべての推定値はこの2曲線の間の範囲におさまる。

結論として、ここに用いられたパラメータとモデルにおいては、再処理工場の使用済燃料貯蔵プールと高レベル廃液貯槽および原子炉の冷却能力喪失事故の影響を比較すると、少なくとも最大の影響、すなわち骨の被曝線量に関するかぎりほぼ同程度であるということができよう。しかしながら、この推定では、いかなる対抗措置も考慮していないことを指摘しておかなければならない。ここで問題にされたような事故の場合には、実際にはさまざまな度合において対策がとられるので、この解析は悲観的な仮定のもとに予想される影響の比較とみなすべきものであり、現実主義的な条件下での危険予測と考えられてはならないだろう。

IRS報告No.290については、BUU(Bundesverband Bürgerinitiativen Umweltschutz e.V.)の発行したパンフレット‘Die Auswirkungen schwerer Unfälle in Wiederaufarbeitungsanlagen und Atomkraftwerken’(1977年1月)に公表された同報告の全文に依拠した。このパンフレットは、5マルク(送料別)で求められる。注文先はBBU-Info-Versand, Horstackerstrasse 24, 6,700 Ludwigshafen.